第 28 卷　第 3 期　腐蚀科学与防护技术　Vol.28　No.3
2016年 5 月　CORROSION SCIENCE AND PROTECTION TECHNOLOGY　May　2016

经验交流

国内压水堆核电站设备材料应力腐蚀问题及安全管理

孙海涛　凌礼恭　吕云鹤　盛朝阳　高　晨　王　臣　马若群　张　新　贾盼盼

环境保护部核与辐射安全中心 北京 100082

摘要: 介绍了压水堆核电站机械设备材料 (包括奥氏体不锈钢和镍基合金) 应力腐蚀问题的国际及国内研究和工程现状，在分析国内压水堆核电站设备材料失效案例的基础上，对国内核电站设备材料应力腐蚀的预防、缓解和处理提出了建议。

关键词: 应力腐蚀　压水堆核电站　一回路水应力腐蚀开裂　奥氏体不锈钢　镍基合金

中图分类号: TG172.81　　**文献标识码:** A　　**文章编号:** 1002-6495(2016)03-0283-05

1 前言

奥氏体不锈钢和镍基合金因具有较好的塑韧性、耐腐蚀性能和加工性能，在压水堆核电站 (PWR) 核岛主设备中得到大量的使用。但对应力腐蚀开裂 (SCC) 的敏感性，使得奥氏体不锈钢和镍基合金的SCC问题成为国际和国内PWR设备材料最显著的降质机理[1,2]，裂纹在内部迅速扩展导致部件的失效、冷却剂的泄漏和机组的停机，并带来检查、维修和更换成本的增加。

国际上，发生了大量的沸水堆 (BWR) 和 PWR 设备材料SCC的失效案例，如法国Burry-3核电站最早发现的反应堆压力容器 (RPV) 顶部控制棒驱动机构 (CRDM) 贯穿件SCC泄漏；美国Davis-Besse核电站因RPV顶盖贯穿件处发生SCC导致硼酸泄露，腐蚀出一个大洞；美国VC Summer核电站一回路主管道异种金属焊接接头SCC导致大量硼酸泄漏[3,4]。为此，世界核电业主、科研机构和核安全监管当局等都进行了大量的实验研究，分析了应力腐蚀的各种机理、因素和规律，发布了相应的技术报告 (如IAEA NP-T-3.13[5]) 和管理要求 (如美国 NUREG 0313[6])，并采取了各种有效的预防和缓解措施。

2 应力腐蚀

应力腐蚀是应力和腐蚀协同作用下，材料发生裂纹萌生、扩展和开裂。如图1所示，其影响要素包括：敏感材料、拉伸应力 (外加或残余应力)、可以为腐蚀反应提供化学动力的环境[7]。

根据核电SCC的机理和影响因素，主要类别有沿晶应力腐蚀开裂 (IGSCC)、穿晶应力腐蚀开裂 (TGSCC)、一回路水应力腐蚀开裂 (PWSCC) 和辐照促进应力腐蚀开裂 (IASCC)[8]。

PWSCC是指金属材料在拉伸应力 (包括外加载荷，热应力，冷加工、热加工、焊接等所引起的残余应力等) 和特定的腐蚀介质 (一回路水环境) 协同作用下，出现的低于其强度极限的脆性开裂现象。PWSCC与单纯由机械应力造成的破坏不同，它在极低的应力水平下也能产生破坏；与单纯由腐蚀引起的破坏也不同，腐蚀性极弱的介质也能引起SCC，是危害性极大的应力腐蚀破坏形式。

3 国内现状

SCC是国内PWR设备部件材料失效的主要原因，在国内核电厂安全分析报告审查过程中，“反应堆冷却剂压力边界材料”中所选材料与反应堆冷却剂的相容性，包括SCC的倾向和控制措施等是重点

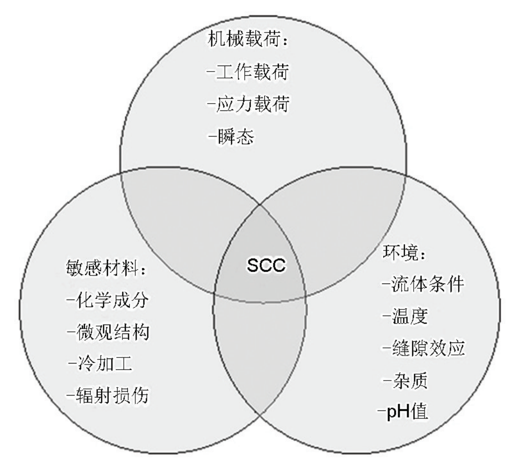


图1 核电应力腐蚀的关键要素

定稿日期: 2015-06-24
作者简介: 孙海涛，男，1979年生，硕士，高级工程师
通讯作者: 贾盼盼，E-mail: hitjiapanpan@163.com，研究方向为核电站设备材料安全审评
DOI: 10.11903/1002.6495.2015.166

审查内容。根据国内PWR机组已发生的SCC失效案例，已在包括SCC的机理、预防、检测、缓解、维修和评价等方面开展了研究和应用。

3.1 SCC失效案例

根据统计，奥氏体不锈钢管道和镍基合金部件SCC导致的失效是国内PWR机组设备老化最突出的问题。如表1所示，几乎国内所有运行核电站都产生了SCC导致设备部件失效问题。其中几例典型应力腐蚀失效案例的失效情况和原因分析如下。

3.1.1 主管道弯管母材SCC 大亚湾核电厂一主管道奥氏体不锈钢 (Z2CND18-12N) 弯管母材处发现贯穿性裂纹，业主委托相关单位进行了系统的失效原因分析，包括无损探伤、化学成分分析和性能分析、裂纹的宏观和微观分析、失效环境因素分析等。分析结果表明裂纹附近的管道材料抗拉强度和屈服强度较高，通过计算得出弯管部位的冷变形量远大于15%，但完工报告表明制造没有按照RCC-M M3317[10]标准的要求对冷弯成型后的弯管进行固溶热处理。对打开裂纹的断口进行扫描电镜观察，发现断口为冰糖块花样的典型沿晶脆性破坏方式，裂纹为典型的沿晶裂纹，伴有少量分岔，最终判定此弯头失效根本原因为SCC。

3.1.2 管道射线插塞处SCC 秦山第二核电厂1号机组换料大修期间，对余热排出管线射线插塞密封焊缝打磨时，液体渗透检测 (PT) 发现插塞孔周边管道奥氏体不锈钢母材 (Z2CND18-12N) 上沿插塞螺纹孔边沿呈放射状存在多处线性显示。业主单位委托相关单位进行了失效分析，包括管材及插塞化学成分分析和性能分析、裂纹截面金相分析、裂纹断口扫描电镜及能谱分析等项目。金相分析表明脆性断口呈冰糖块花样，管道裂纹起源于近表面插塞孔螺纹根部位置，扩展方式以沿晶为主 (如图2所示)。

此外，针对插塞本体及管材硬度测试表明管材和插塞在裂纹起源处维氏硬度最高，并沿插塞径向和深度方向逐渐降低。最终确定因射线插塞孔管材外表面处发生了局部的应变硬化，在一回路介质条件下发生沿晶SCC。

3.1.3 CRDMΩ焊缝部位SCC 如表1所示，国内多个核电机组的CRDM Ω/CANPOY焊缝及邻近母材部位发生了冷却剂泄漏和硼结晶问题，超声检测 (UT) 和涡流检测 (ET) 也发现较多的裂纹类显

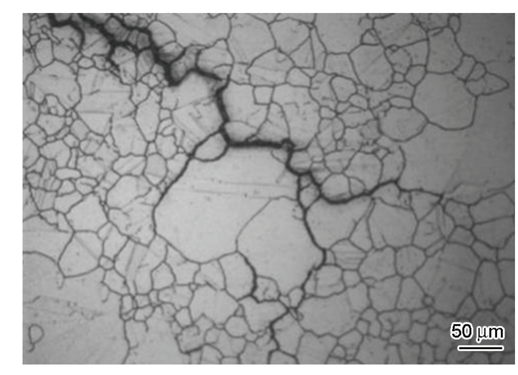


图2 管道裂纹形貌

表1 国内PWR机组SCC失效案例

机组	设备部件	材料	失效情况	失效机理	处理措施
秦山一期	RPV顶盖贯穿件	Inconel 600	顶盖发现硼结晶	PWSCC	局部维修，并最终更换了顶盖
秦山一期	CRDM Ω焊缝及相邻母材	奥氏体不锈钢	发现硼结晶	SCC	局部维修+OVERLAY堆焊
秦山一期	一回路管道	奥氏体不锈钢（SUS 321TP）	母材坡口PT发现裂纹	SCC	更换管道
大亚湾	一回路管道弯头	奥氏体不锈钢	冷却剂渗漏并硼结晶	SCC	更换管道+扩大检查
岭澳1号机组	CRDM Ω焊缝及相邻母材	奥氏体不锈钢	发现硼结晶	SCC	更换CRDM+OVERLAY堆焊
秦山二期	一回路管道射线插塞及密封焊缝	奥氏体不锈钢	表面PT发现裂纹	SCC	更换管道+扩大检查
田湾1号机组	蒸汽发生器传热管	奥氏体不锈钢0Cr18Ni10Ti	传热管ET发现裂纹	氯致SCC	堵管+跟踪监督
秦山二期	换料水池	304L不锈钢	PT发现裂纹[9]	氯致SCC	补焊

示，分析原因均为一回路冷却剂高温环境下的SCC。针对此问题，主要采用目前较成熟并得到广泛使用的表面堆焊 (OVERLAY) 方法进行修复，即堆焊一定厚度和宽度的52M镍基合金，主要利用其优异的耐SCC性能。

3.2 国内SCC的预防与缓解手段

SCC的主要预防与缓解措施，应从选材、应力和环境三个影响因素出发，结合部件的材料、加工工艺和服役条件综合考虑，目前国际上较成熟和广泛应用的手段如表2所示。

国内PWR机组针对SCC问题，包括潜在SCC失效风险和已发生SCC失效的部件，主要采取了以下的措施。

3.2.1 *选材* PWR冷却剂压力边界设备选用抗SCC性能较优的合金材料，是SCC预防和缓解的基础。比如，用Inconel 690合金和Inconel 800合金替代Inconel 600合金。

早期PWR主设备部件如RPV顶盖及底部贯穿件和J型焊缝、稳压器贯穿件和J型焊缝、接管安全端和SG传热管的母材和焊接大量使用Inconel 600合金和相关焊接材料 (82/182合金)。而大量失效案例证明其在核电高温高压水中易发生SCC，为此设计上改进采用了比Inconel 600合金更高抗SCC性能的Inconel690合金和相关焊接材料 (52/152和52M合金)[11-14]。

国内大亚湾和秦山一期RPV顶盖贯穿件多次发生SCC导致的冷却剂渗漏事件，为此业主在十年大修期间更换了RPV顶盖，新贯穿件全部采用了抗SCC更强的Inconel 690合金和相应焊材。

3.2.2 *应力改善* 部件的外加应力或残余应力是诱发SCC失效关键要素之一。零部件加工、热处理和焊接都易产生局部的高残余应力，因此需要在这些制造过程中采取措施控制部件的残余应力，以抑制SCC的发生。包括表面的机加工或打磨操作应保证表面粗糙度等满足技术规范的要求，消除机加工刀痕等SCC敏感源的存在；对于热处理应严格按照技术规范要求的流程和工艺参数实施，防止部件强度过高或产生内表面硬化层；对于焊接应控制焊接热输入量和优化焊接工艺等减少焊接残余应力。

改进焊接工艺可以有效降低SCC可能性，其中

表2 PWR机组SCC预防和缓解手段

SCC要素	方法	改善前	改善后	主要的PWR部件和工艺
选材	母材	Inconel 600	Inconel 690 Inconel 800	RPV顶盖和底部贯穿件、SG传热管
		Inconel 600	316SS Z2CND18-12	稳压器测量仪表接管
		X-750	CW316SS	控制棒导管支撑销钉
	焊材	82和182合金	52和152合金	接管安全端用焊材
			52M合金	OVERLAY堆焊用焊材
应力	工艺改进			设备和管道内壁打磨粗糙度控制
				防止局部加工硬化
				焊缝坡口精加工
		非窄间隙焊	窄间隙焊	主管道窄间隙焊
			改进型窄间隙焊	
	应力改善	表面拉应力	减少表面拉应力或形成压应力	OVERLAY堆焊工艺
				表面喷丸工艺
				机械应力改善工艺(MSIP)
				激光应力改善工艺(LSIP)
环境	水化学控制			一次侧系统水化学控制(如氧含量)
				SG传热管二次侧水化学控制
	设计改进	局部死水区	改善局部环境	CRDM密封焊缝排水改进
				降低环境温度
	添加物			一回路添加锌

窄间隙焊接 (NGW) 就是目前较成熟的一种方法。NGW相对输入热量低，焊缝的收缩和母材变形小，可有效降低残余应力[15]。目前，国内核电主管道焊接已经逐渐使用自动NGW。

此外，还可以通过特殊的工艺设计，如表面喷丸工艺、机械应力改善工艺 (MSIP)[16]等，改善部件表面应力或形成压应力抑制SCC的发生。自2008年美国Salem核电厂为缓解PWSCC在RPV接管安全端82/182合金焊缝上成功实施MSIP起，这些工艺已在美国BWR和PWR中得到较多应用实践，而在国内还处于实验研究阶段。

3.2.3 环境改善　通过改善部件材料的服役环境也可以控制SCC的发生和发展。应严格控制机组运行期间冷却剂氧含量等水化学指标，并通过设计改善材料的局部冷却剂环境，避免由于死水区内有害元素的浓缩导致的SCC。国内AP1000机组CRDM Canpoy密封焊缝设计加强了此区域的内部充水和排水能力，Canpoy密封焊缝区域设有排气孔，在CRDM充水时能使它容易得到充水，从而减少了SCC的风险。此外，可以通过加强通风等方式来降低部件服役温度，从而降低SCC的敏感性。

此外，AP1000设计中将Zn以液态醋酸锌的形式加入反应堆一回路冷却剂系统[17]，在降低主系统的放射性剂量的同时还可以缓解PWSCC，其主要原理是在材料的表面形成铬氧化膜，以延缓PWSCC的萌生，实验证明添加一定量的Zn可以使材料的腐蚀速率降低3倍或更多。

4 安全管理和建议

国内PWR机组运行时间相对于世界核电PWR BWR机组来说还较短，但目前已经出现上文所述的多起SCC引发的设备失效事件。随着国内PWR机组运行时间延长，SCC问题将不可避免地不断出现，对于核电站机组的正常运行和反应堆冷却剂压力边界的完整性都将是严峻的挑战。因此，有必要开展相关的技术研发、储备和寿命管理等工作，以提高国内核电站应对SCC问题的行业水平，以加强设备部件的寿命管理。

4.1 核电厂SCC寿命管理

目前国内运行核电厂均已编制了设备部件老化管理大纲，但缺少专门的应力腐蚀老化管理大纲。有效的核电厂SCC老化管理大纲，应包括预防、缓解、监测、检查、维修和更换等要素，其实施可以帮助减少SCC问题对核电厂可用性和安全性的影响。对于国内PWR存在SCC失效风险的部位，如CRDM Ω奥氏体不锈钢焊缝及相邻母材、使用Inconel 600合金的贯穿件及相应使用82/182合金焊材的管道和贯穿件焊缝、高温服役下的奥氏体不锈钢弯管区域等，建议编制并纳入SCC老化管理大纲管理。

4.2 无损检测技术的验证

针对SCC导致设备部件失效问题，较有效的手段是早期的无损检测 (UT为主)。鉴于SCC的萌生和扩展模式，其裂纹的形态、走向和开口尺寸均对UT的灵敏度提出了较高要求，有必要在UT灵敏度和定量精确性方面进行相应研究，包括尖端衍射法、相控阵检测技术和真实应力腐蚀裂纹模拟体考核等[18]。

4.3 缓解手段的开发和鉴定

针对SCC失效部件，国内采用OVERLAY方式进行维修主要委托外国专业公司实施，有必要针对OVERLAY技术开展相应的技术研发和鉴定，包括OVERLAY焊道的布置、焊缝寿命评价和焊接工艺等关键技术要点[19,20]。此外，还应对MSIP等应力改善工艺进行技术研发和储备。

4.4 经验反馈的实施

针对应力腐蚀问题，经验反馈是其中较重要的环节。应及时将核电厂运行期间发生的设备材料应力腐蚀失效案例反馈给相关的设计、制造和安装等环节。如秦山二期主管道射线插塞及密封焊缝应力腐蚀失效，反馈到安装环节，应根据安装技术要求，注意插塞安装的质量以防止局部的螺纹损伤或产生较大的装配应力。

只有加强经验反馈，才能有效利用失效案例，促使设计、制造和安装等环节的改进和优化，防止类似应力腐蚀失效案例的重复发生。

参考文献

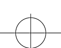
[1] International Atomic Energy Agency. Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: Steam Generators, IAEA- TECDOC- 981 [R]. Vienna: IAEA, 1997

[2] International Atomic Energy Agency. Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety Primary Piping in PWRs, IAEA-TECDOC-1361 [R]. Vienna: IAEA, 2003

[3] Nuclear Regulatory Commission. Investigation and Evaluation of Stress Corrosion Cracking in Piping of Light Water Reactor Plants, NUREG-0531 [R]. Washington, DC: U.S. NRC, 1979

[4] International Atomic Energy Agency. Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: BWR Pressure Vessels, IAEA-TECDOC-1470 [R]. Vienna: IAEA, 2005

[5] International Atomic Energy Agency. Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors: Good Practices and Lessons Learned, NP-T-3.13 [R]. Vienna: IAEA, 2011



[6] Nuclear Regulatory Commission. Technical report on material selection and processing guidelines for BWR coolant pressure boun-dary piping, NUREG-0313 [R]. Washington, DC: U.S. NRC, 1988

[7] American Society of Mechanical Engineers. Rules for in-service inspection of nuclear power plant components [S]. New York, 2004

[8] 段远刚. 围板连接螺栓的辐照促进应力腐蚀裂纹研究 [J]. 核动力工程, 2007, 28(2): 62

[9] 操丰. 核电厂换料水池304L不锈钢覆面开裂原因分析 [J]. 核动力工程, 2014, 35(2): 150

[10] AFCEN. Design and construction rules for mechanical components of PWR nuclear islands [S]. Paris, 1997

[11] 朱志平. 690合金在ETA和AVT水工况下的电化学性能 [J]. 腐蚀科学与防护技术, 2012, 24(4): 285

[12] 郦晓慧. 核级商用690合金和800合金在模拟压水堆核电站一回路高温高压水中的腐蚀行为研究 [J]. 金属学报, 2012, 48(8): 941

[13] 刘影恬. Incoloy 800与Inconel 690抗腐蚀性能研究现状 [J]. 科技资讯, 2014, 12(23): 90

[14] 但体纯. 压水堆核电站蒸汽发生器用600合金管在含铅高温碱溶液中的应力腐蚀行为研究 [J]. 腐蚀科学与防护技术, 2008, 20(5): 313

[15] 刘自军. 压水堆核电站核岛主设备焊接制造工艺及窄间隙焊接技术 [J]. 电焊机, 2010, 40(2): 10

[16] Damico T. The applicability of MSIP™ for mitigating PWSCC in pressurizer nozzle to safe-endwelds [R]. New Mexico: EPRI, 2005

[17] 乔培鹏. 压水堆条件下锌对奥氏体不锈钢腐蚀性能的影响 [J]. 原子能科学技术, 2010, 44(6): 690

[18] 李衍. 应力腐蚀裂纹的超声检测和定量—相控阵超声 (PAUT)技术应用案例 [J]. 无损探伤, 2012, 36(5): 1

[19] 魏敏. 核压力容器接管安全端堆焊修复对失效评定曲线的影响 [J]. 压力容器, 2013, 30(5): 58

[20] Zhang T, Brust F W. Weld resdiual stress analysis and the effects of structural overlay on various nuclear power plant nozzles [J]. J. Pressure Vessel Technol., 2012, 134(6)

